

ÉRTEKEZÉSEK EMLÉKEZÉSEK

SZABÓ FERENC

ATOMENERGIA-
PROGRAMUNK
REAKTORKUTATÁSI
HÁTTERE



48

AKADÉMIAI KIADÓ, BUDAPEST



ÉRTEKEZÉSEK EMLÉKEZÉSEK

SZERKESZTI
TOLNAI MÁRTON

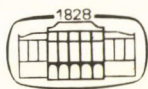
ÉRTEKEZÉSEK
EMLÉKEZÉSEK

SZABÓ FERENC

ATOMENERGIA-
PROGRAMUNK
REAKTORKUTATÁSI
HÁTTERE

AKADÉMIAI SZÉKFOGLALÓ

1983. MÁRCIUS 22.



AKADÉMIAI KIADÓ, BUDAPEST

A kiadványsorozatban a Magyar Tudományos Akadémia 1982.
évi CXLII. Közgyűlése időpontjától megválasztott rendes és
levelező tagok székfoglalói — önálló kötetben — látnak
napvilágot.

A sorozat indításáról az Akadémia főtitkárának 22/1/1982.
számú állásfoglalása rendelkezett.

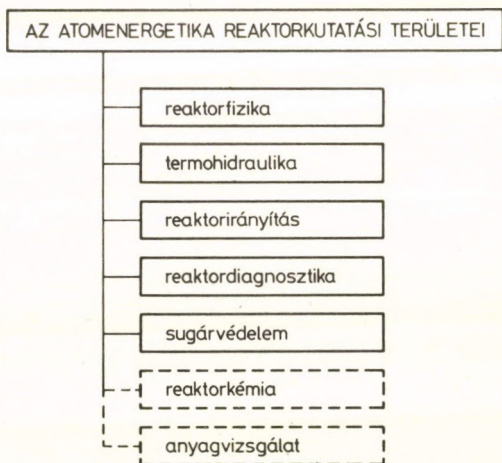
ISBN 963 4084 3

© Akadémiai Kiadó, Budapest 1985, Szabó Ferenc

Printed in Hungary

Előadásomban négy kérdésről kívánok beszélni: 1. Vázlatosan ismertetem azt a módszert, amelyet a reaktorfizikai kutatásokban követtünk a megkívánt pontossági követelmények elérése érdekében. Ismertetek néhány eredményt is. 2. Bemutatok egy speciális nukleáris biztonsági kísérletsorozatot. 3. Rövid áttekintést adok a többi (reaktorfizikán kívüli) kutatási terület szerkezetéről. 4. Ismertetem kutatásainknak a Paksi Atomerőműnél alkalmazott eredményeit.

A Központi Fizikai Kutató Intézetben folyó reaktorkutatásokat mutatja be az 1. ábra. Ez a



1. ábra

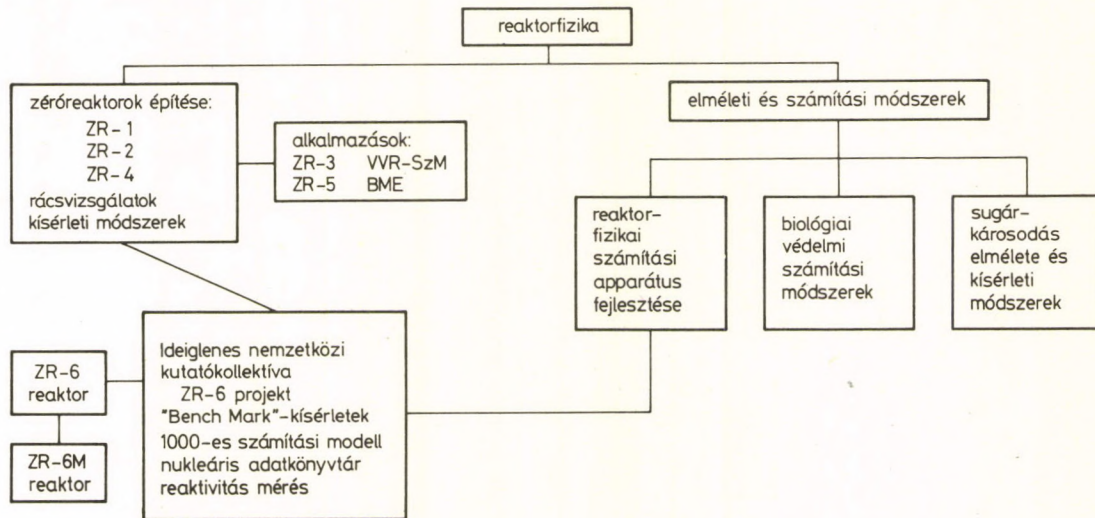
csoportosítás tematikai bontás; az egyes kutatási területek saját speciális szempontjaik szerint létesített kísérleti modelleken, az ezeknek megfelelő mérési metodikákkal dolgoznak, elméleti modelljeiket az alkalmazás célkitűzései határozzák meg.

A célkitűzés azonban mindegyik területen közös: a hazai atomenergia-program sikeres teljesítéséhez való hozzájárulás, ami az energia-termelés gazdaságosságának és biztonságának a fejlesztését jelenti. Mivel egy erőművi reaktor a benne lejátszódó folyamatokat integrálja, és ezek nem külön-külön léteznek, ezért az ábrán látható diszciplináris bontás a valóságban rendszert alkot, tehát az egyes blokkok között sok keresztcsatolás van. (Egy triviális példa erre: a reaktorfizika egyik célkitűzése a reaktor térbeli hőforráseloszlásának a kiszámítása. A hőforráseloszlás a termohidraulika számára egy bemenő adatsort képez, amelynek ismeretében itt — a termohidraulikában — a hőmérséklet-eloszlás meghatározását kell célul kitűzni. A hőmérséklet-eloszlás azonban visszacsatolódik a reaktorfizikába a nukleáris állandók hőmérsékletfüggésén keresztül, ennek következtében a két tudományterület egy iteráción keresztül összekapcsolódik. Az iteráció különben gyorsan konvergál.)

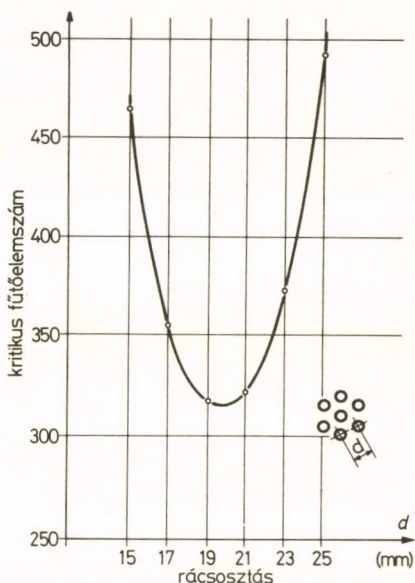
Azt hiszem, felesleges részletesebben indokolnom, hogy esetünkben miért van szükség

ilyen típusú, tehát egységes rendszerbe foglalt kutatásokra, hiszen nyilvánvaló, hogy szinguláris kutatási eredményeknek nem sok hasznát látná egy olyan komplex objektum, mint egy atomerőmű. A gazdaságosság például nagyon egyszerű kategória pénzügyi fogalomként, a gazdaságosság javítása azonban egy atomerőműben rendkívül összetett folyamatok komplex elemzését megkövetelő eljárás.

A 2. ábra mutatja a reaktorfizikai kutatások szerkezetét. A kísérleti munkák 1960-ban kezdődtek a zéróreaktorokon végzett mérésekkel. A cél a kutatóreaktorok problematikájának vizsgálata volt, az eredmények közvetlen alkalmazása is a KFKI VVRSZ-típusú kutatóreaktoránál, illetve a BME reaktoránál történt meg. A kísérleti tapasztalatok és az elméleti módszerek később beletorkollottak a VVER-1000 típusú erőművi reaktorok fizikájának kutatásával foglalkozó Ideiglenes Nemzetközi Kollektíva munkájába. Erről a későbbiekben lesz szó. Gondoltunk azonban arra is, hogy az egyetlen, kezünkben levő szabad paraméter, a rácsállandó változtatásával a H/U viszony függvényében mérjünk meg statikus és dinamikus jellemzőket egyaránt. (A H/U paraméter pontos definíciója: az egy U^{235} -atomra eső hidrogénmagok száma az aktív zónában.) A 3. ábrán példaként bemutatom a kritikus tömeg alakulását a rácsállandó függvényében. A

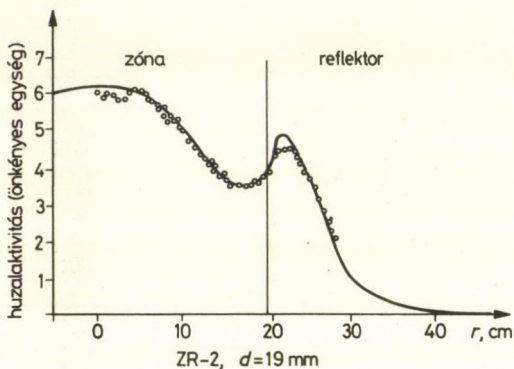
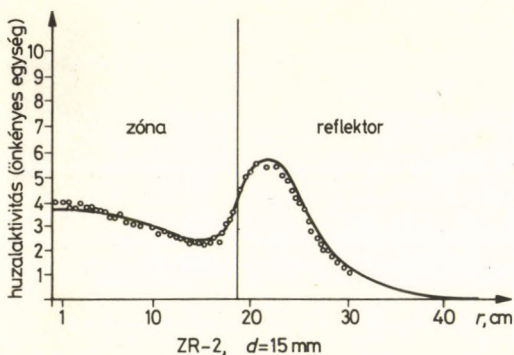


2. ábra



3. ábra

rácsállandó — az ábra jobb alsó sarkában látható — két szomszédos fűtőelemrúd távolságát jelenti. (A ZR-2 reaktorban a H/U 189-től 753-ig változott.) Ezekkel a mérésekkel mintegy reaktorsorozatot kaptunk, amelyen első alkalommal lehetett ellenőrizni a számítógépes reaktorfizikai programok teljesítőképességét. Ezek két térbeli dimenzióra írt, diffúziós közelítést alkalmazó programok voltak, és évekkel a kísérletek befejezése után készültek el. A kritikus állapotokat és a radiális neutronfluxus-eloszlásokat összevetve a



4. ábra

számítások eredményeivel a 4. ábrán látható eredményt kaptuk. Az egyezés elég jónak tűnik. Azt sugallta ugyanis, hogy a kis eltérés és ennek gyengén tendenciózus viselkedése valamilyen másodlagos effektus kiküszöbölésével megszüntethető. A későbbiekben kiderült, hogy mélyebben fekvő hibákról van szó.

Ekkor — az 1970-es évek elején — a szocialista országokban már működtek atomerőművek, illetve tervezték ezek felépítését, s így a reaktorfizika központi feladata olyan számítógépes modell előállítása lett, amely a lehető legpontosabban írja le az energetikai reaktorok tulajdonságait. Ilyen modellt kell használni az üzemelés nyomon követésére, az üzemvitel optimalizálására, az átrakások tervezésére és bizonyos rendkívüli üzemállapotok analizisére. Bizonyítottnak volt vehető, hogy egy ilyen modellt csak kísérletileg ellenőrzött, esetleg a kísérleti eredményekre illesztett programrendszerek létrehozásával lehet előállítani. Az is világos volt, hogy ez igen nagy feladat, de vitális érdekek fűződnek a megoldásához, ezért 1972-ben az európai szocialista országok létrehozták az Ideiglenes Nemzetközi Kollektívát (INK), amelyhez később csatlakozott Kuba, Vietnam és Finnország is. A kollektíva központja a KFKI lett. (A dolgokhoz hozzátartozik, hogy Magyarország nem sokkal azelőtt sajnálatos módon elhalasztotta a Paksi Atomerőmű építését, ami nem javította pozíciónkat; mellettünk szólt azonban, hogy sok tapasztalatunk volt a kísérleti reaktorfizikában, ekkor már 5 kritikus rendszer megépítése és mérési tapasztalata volt mögöttünk, és végül ez döntött. A kollektíva megalakulása lehetővé tette hazánkban az atomenergetikai kutatás infrastruk-

túrájának megőrzését és fejlesztését. A kutatás több időt is kapott az atomerőmű fogadására a halasztás révén, de az ebből származó pozitívumok sora ezzel ki is merült.) A kollektíva fő kísérleti berendezése a ZR-6 zéróreaktor. A tudományos vezetés is — jóllehet nem hivatalosan — a magyar fél feladata lett. A kísérleti bázis később bővült az NDK-beli rheinsbergi kísérleti atomerőművel és rövidesen tovább bővül a csehszlovákiai Řež-i LR-0 kritikus rendszerrel. Az elmúlt 11 évben a kollektíva keretén belül 155 külföldi kutató 500 emberhónapot, 28 magyar kutató 650 emberhónapot dolgozott. Az elvégzett munkákról 212 szolgálati használatra jelzésű kutatási jelentés készült, a kísérletek során 190 zónakonfigurációt vizsgáltak meg. A kollektíva a KGST-országok legjobban működő multilaterális tudományos együttműködései közé tartozik. A ZR-6 kritikus rendszeren végzett mérések precíziós fűtőelemekkel történtek (ezeket a Szovjetunió bocsátotta térítésmentesen rendelkezésünkre erőművi — 1,6, 3,6, 4,4%-os — dúsításokkal), és kifejezetten a VVER típusú energetikai reaktorok fizikai tulajdonságait leíró programok kísérleti ellenőrzésére irányultak. Kiderült, hogy a mérések és a számítások eltéréseinek okai két csoportba oszthatók:

1. nem megengedhető közelítések és elhanyagolások a számításokban,

2. a nukleáris adatok pontatlansága.

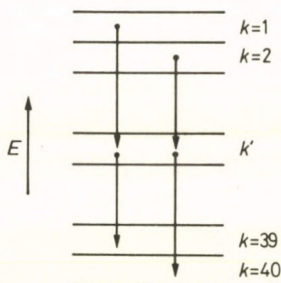
Nem térek ki a programokban használt algoritmusok pontosítási eljárásaira, csupán annyit jegyzek meg, hogy ezek önmagukban nem biztosítják a számított és mért értékek megkívánt egyezését. Ezt saját tapasztalataink és a szakirodalom közlései is alátámasztják. A nukleáris adatok pontosítása a másik lehetőség, amellyel élhetünk. Nézzük meg, mit értünk ezen.

Az 5. ábra mutatja azt a diffúziós egyenletet, amellyel érzékeltetni lehet, hogy miről van szó. Az egyenletben D a diffúziós állandó, Φ a neutronfluxus, k_{eff} az effektív sokszorozási tényező, \hat{A} és \hat{P} pedig a megadott egyenletekkel

$$\text{div}(D_k \text{grad } \Phi_k) + (\hat{A}\Phi)_k + \frac{1}{k_{\text{eff}}} (\hat{P}\Phi)_k = 0$$

$$(\hat{A}\Phi)_k = -(\Sigma_{\text{a}k} + \Sigma_{\text{R}k})\Phi + \sum_{k' \neq k} \Sigma_{k' \rightarrow k} \Phi_{k'}$$

$$(\hat{P}\Phi)_k = f_k \sum_{k'} (v\Sigma_f)_{k'} \Phi_{k'}$$



5. ábra

definiált operátorok. A k index a k -adik energiacsoportra utal. Az f_k a hasadási spektrumnak a k -adik csoportra jutó hányada, v a hasadási aktusban emittált neutronok száma, Σ_a , Σ_R és Σ_f rendre az abszorpciós, kiszóródási (removal) és hasadási hatáskeresztmetszetek. Jó lenne, ha ezt az egyenletet sokcsoportban (pl. 40-csoportban) és 3-dimenzióban meg tudnánk oldani. Erre a rendelkezésre álló számítógépi kapacitás nem ad módot. Ezért a számítást két lépésben végezzük. Először egyszerűsített geometriában, 40-csoportban számítjuk ki a Φ_k spektrumot, majd ennek felhasználásával átlagoljuk a Σ_k csoportállandókat, aminek az eredményeképpen kevés- (4- vagy 6-) csoportállandóhoz jutunk. Ezután a felírt egyenletet ebben a kevés-csoport közelítésben 2- (vagy ritkán 3-) dimenzióban oldjuk meg. A kevés- és sokcsoport egyenletek alakja egymástól kicsit eltérő, de mindkettő lényegében a felírt alakra hozható.

A csoportállandókat a magfizikai mérésekből vett $\sigma(E)$ energiafüggő hatáskeresztmetszetekből a 6. ábrán felírt átlagolással kapjuk (valamilyen közelítőleg felvett átlagoló spektrummal). (Az ábrán feltüntettük azoknak a detektoroknak a sorát is, amelyeket aktivációs detektorként — egyesével a neutron-fluxus, különböző párosításokban pedig a spektrális indexek meghatározására —

Magfizikai állandók:

$\sigma_a(E)$, $\sigma_s(E)$, $\sigma_f(E)$, $\nu(E)$ stb.

forrás: ENDF/B-IV.

(Evaluated Nuclear Data File)

Az átlagolás:

$$\sigma_k = \frac{\int_{E_{k+1}}^{E_k} \sigma(E) \Phi(E) dE}{\int_{E_{k+1}}^{E_k} \Phi(E) dE}$$

A spektrális indexek mérésére használt detektoranyagok:

U, Pu, Dy, Eu, In, Mn, Cu, Ce, Np

6. ábra

használtunk.) Az így kapott állandókat ún. sokcsoportállandó-könyvtárakban tároljuk. Egy izotópra ez 200–300 adatot jelent, tehát egy ilyen könyvtár 10–20 ezer adatot tartalmaz (attól függően, hány izotópra és hány csoportban számítunk ki csoportállandókat).

A ZR-6 kritikus rendszeren elvégzett méréseket két részre célszerű osztani. Az első részbe a szabályos rácsokon végzett mérések tartoznak, amelyek jól számolhatók, ez Monte-Carlo-számításokkal igazolható volt. Ma már igen fejlett és pontos numerikus módszerek állnak rendelkezésre például a diffúziós egyenlet egyszerű geometriában való megoldására. Ha tehát a számítási és mérési eredmények között mégis jelentős, a mérési hibáknál és az alkalmazott algoritmusok hibájánál jóval nagyobb

eltérések adódnak, akkor ezek az eltérések csak a nukleáris adatok bizonytalanságainak tulajdoníthatók. Ezért a pontosság növelésének egyetlen útja az, hogy az adatkönyvtár elemeit eredeti mérési hibájukon belül úgy változtatják meg, hogy a számított és mért mennyiségek eltérése valamilyen értelemben (például legkisebb négyzetek módszerével) minimális legyen. Az illesztési eljárást természetesen korrekt matematikai statisztikai alapokon végeztük. Az illesztés után kapott adatokat „bench mark” adatoknak nevezik.

A különböző szabályos rácsokon végzett mérések és a számítások eredményeinek összevetése után érzékenységi vizsgálatokkal döntöttük el, hogy a felhasznált nukleáris adatok közül melyeket kell illeszteni. Azt találtuk, hogy kevés olyan van, amelynek az illesztése jelentősen befolyásolja az eredményt. Példaként: az illesztés során a v_{th} értékét $-0,33\%$ -kal, a hasadási spektrum átlagenergiáját $+6,9\%$ -kal kellett változtatni. Ezután a számításokat az illesztett adatokkal elvégezve az olyan típusú tendenciózus eltérés a kísérlet és a számítás között megszűnik, amelyet a ZR-2-nél láttunk, a hiba a k_{eff} -nél $0,22\%$, a CR-nél $1,56\%$, ami több mint elégséges.

Ezek a követelmények teljesülnek a 7. ábrán feltüntetett rácsokra, amelyeknél a rácsosztás, a

Rács	Rácsosztás (mm)	Dúsítás (%)	Bórkoncentráció (g/l)	H/U(20°)
1/1	12,7	3,6	0	136
1/2	12,7	3,6	4	
1/3	12,7	3,6	7,2	
1/4	12,7	1,6	0	244
1/5	12,7	1,6	1,85	
1/6	12,7	4,4	0	111
1/7	12,7	4,4	0,64	
1/8	12,7	4,4	7,2	
1/9	11	3,6	0	73
1/10	11	3,6	1,4	

7. ábra

dúsítás és a bórkoncentráció az adott értékek között változott.

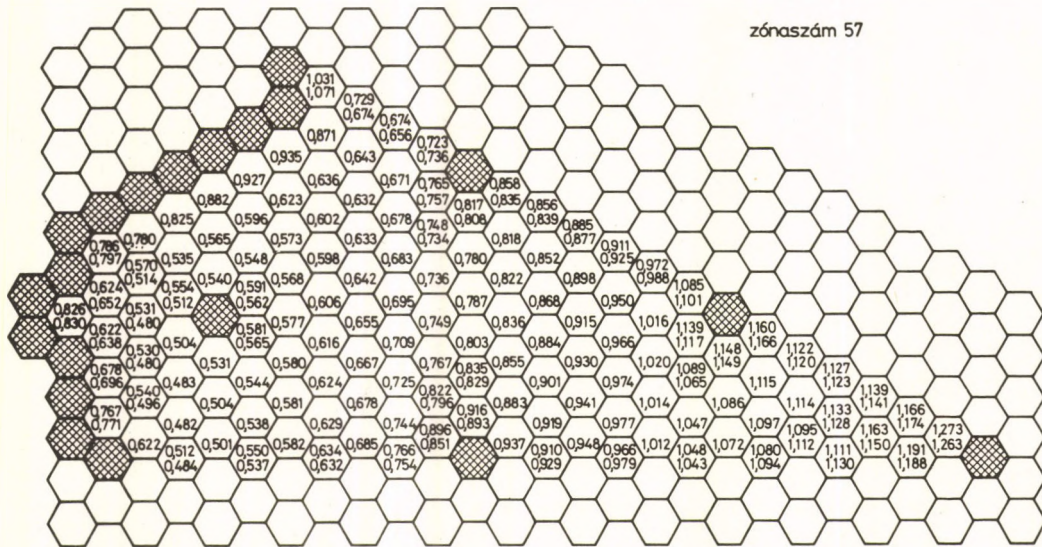
Az általunk követett eljárás elég elterjedt, de nem kizárólagos. A reaktorfizikusok két táborra oszlanak: integralistákra (ezek közé tartozunk mi is) és differencialistákra. Az utóbbiak szerint, ha a magfizikai adatok nem elég pontosak, akkor ezeket magfizikai mérésekkel kell pontosítani, a reaktorfizikai mérésekben ezek hatása túlságosan áttételesén érződik. Ez valójában igaz, de ha most akarunk egy adott reaktortípusra pontos számítási modellt előállítani, akkor nem lehet várni a pontos magfizikai adatokra. Ezek előállítása egyébként folyik, egyre újabb adatkönyvtárak jelennek meg.

A ZR-6 kritikus rendszeren elvégzett mérések második részébe a perturbált rácson végzett mérések tartoznak. Itt — ellentétben a

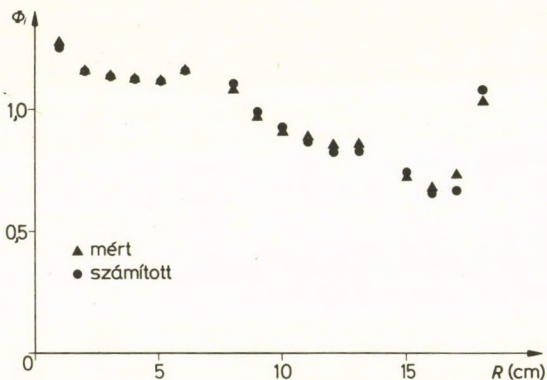
szabályos rácsokkal — a mérések célja a számítási modell tesztelése volt.

Vizsgáltuk a heterogenitások (szabályozórudak, kazettafalak, víz-lyukak, különböző dúsítású tartományok határa) által okozott hatásokat. Eddig 22 perturbált konfigurációra vannak adataink, közülük bemutatok egy tanulságos és szemléletes mérési és számítási eredményt, amely heterogenitásokat tartalmazó ZR-6 reaktorzónára vonatkozik (8. ábra). (Ha az 1/12-ed zónaszektort az x tengelyen áttükrözzük és 60° -onként elforgatjuk, kapjuk az egész zónát.) A hatszögek az elemi cellák, mindegyiknek a középpontjában egy fűtőelemrúd foglal helyet, kivéve a kitöltöttet, ahol csak víz van. Az elemi cellákat reprezentáló hatszögekbe beírt felső számok a zéróreaktoron végzett mérések, az alsók a számítások eredményei. A 9. ábrán jobban láthatók ugyanezek — a 8. ábra legfelső ferde sorára vonatkozó — számok. Ránézésre azt mondhatnánk, hogy az egyezés elég jó, még ebben a perturbált elrendezésben is. Az üzemvitel igényeit ez a pontosság ki is elégítené, de ha biztosak akarunk lenni ebben, akkor az egyezés jósága vizsgálándó. A vizsgálat módja az, hogy képezzük a t_i mennyiséget a 10. ábrán szereplő formula szerint (itt az i index az i -edik mérési pozíciót jelenti, $\Delta\Phi_i$ pedig a fluxusmérés hibáját), s megvizsgáljuk a t_i viselkedését a víz-

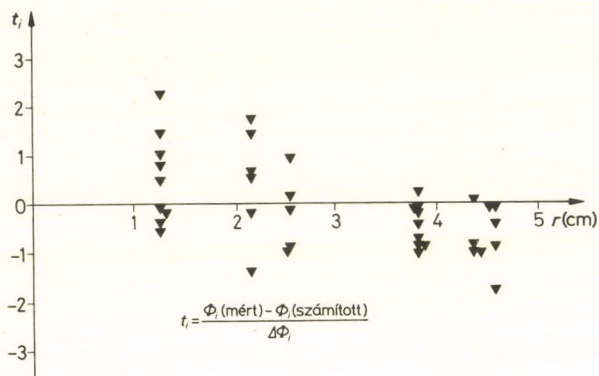
zónaszám 57



8. ábra



9. ábra



10. ábra

lyuktól való távolság függvényében. Látható, hogy a t_i tendenciózan függ a távolságtól, holott ettől nem szabadna függnie, tehát a számítási modellben még valami hiba van. Azt már tudjuk, hogy a hiba a D diffúziós állandó

számításában keresendő — a megfelelő eljáráson jelenleg még dolgozunk. Ha rendelkezünk már a heterogenitások minden típusára jó diffúziós állandó számítási eljárásokkal, akkor tekinthetjük befejezettnek a VVER-zónák reaktorfizikai modelljét.

Az elmondottak szerint remélhetjük, hogy a hibaforrások megszüntetése után a mérések és számítások egyezni fognak mindegyik vizsgált konfigurációra. Mi biztosítja ezután, hogy a számítási módszer valóban jó? Más szóval, hogy jó eredményt ad-e a Paksi Atomerőmű reaktorainak bármelyik zónájára? A válasz erre a kérdésre az, hogy a vizsgált konfigurációk valamelyike biztosan hasonlítani fog a kérdéses zónára, mégpedig úgy, hogy bármelyik paraméter (dúsítás, H/U, bórkoncentráció, heterogenitások típusa, komplikáltság) tekintetében az adott zónát a vizsgált konfigurációk mintegy közrefogják. (Tehát ezekben az esetekben is teljesülnek a „bench mark”-követelmények.)

A kritikus rendszeren kapott eredmények atomerőművekre való átvihetőségét illetően mégis marad tisztázandó kérdés amiatt, hogy bizonyos körülmények a kritikus rendszeren egyáltalán nem valósíthatók meg, és így hatásuk sem tanulmányozható. Ami itt igazolásra szorul, az a következő:

— helyesen számoljuk az üzemanyag összetételének a változását és a magas hőmérséklet, valamint a nyomás hatását;

— a számítások plutónium és hasadási termékek jelenlétében is jók.

Ez csak az üzemben levő atomerőművek üzemviteli adatainak felhasználásával igazolható. Ezért az INK keretében már folyik a 440 MW-os és rövidesen megkezdődik az 1000 MW-os erőművek neutronfizikai üzemviteli adatainak gyűjtése és elemzése. Tudomásunk szerint a világon ez az egyetlen ilyen nemzetközi vállalkozás, s ennek a létrehozása nem volt könnyű feladat. Ilyen adatok állnak rendelkezésünkre a szovjet, bolgár, NDK, finn és csehszlovák blokkokról. Az idén Paks is bekapcsolódik ebbe a munkába. A gyűjtött adatok: kritikus állapotok, szabályozórudak reaktivitásértékességei, hőmérsékleteloszlások, zónán belüli neutrontektorok adatai. (Megfelelő gyakorisággal, minimum naponként egyszer mérve az üzemvitel során.) Ezek az adatok nem teszik azonban lehetővé a „bench mark”-színvonal elérését, mert nem megtervezett mérések, hanem az üzemvitel melléktermékei, továbbá nem eléggé pontosak, mert a reaktor állapota sem ismert kellő pontossággal. Az üzemviteli adatok mégis rendkívül értékesek, mert nagy tömegüknél, és annál fogva, hogy több évre terjednek ki, nagyon pontos követ-

keztetések tesznek lehetővé. Ilyen módon biztosan lehet remélni, hogy a segítségükkel tesztelt programok sokkal pontosabb eredményt szolgáltatnak, mint az üzemviteli mérések önmagukban.

Természetesen felmerül, hogy egy fontos láncszem kimarad a kritikus rendszer és az üzemviteli adatok között: jó lenne pontosan ellenőrzött körülmények között besugárzott fűtőelemekben a felhalmozódott nehézelemek koncentrációját megfelelő analitikai módszerekkel megmérni. Ilyen méréseket a legnagyobb mennyiségben a francia gáz-grafit reaktorokon végeztek el (350 mintán), kisebb volumenben a YANKEE-reaktorról áll ilyen adatsor rendelkezésre, továbbá a Szovjetunióban és Csehszlovákiában is folynak hasonló roncsolásos vizsgálatok. Mi javasoltuk hasonló mérések roncsolásmentes módszerrel — γ -spektrometriával — való végzését Pakson. Még nem tudhatjuk, hogy ezek a mérések milyen pontosság mellett adnának értékes hozzájárulást. Mindenesetre addig a hézagot irodalmi adatokkal hidaljuk át.

Felmerülhet az a kérdés is, hogy érdemes-e a pontosság fokozása érdekében ilyen nagy erőfeszítéseket tenni. Válaszként a következőt lehet mondani: a jelenleg használt modellel számított teljesítmény-eloszlás pontossága nem jobb 10%-nál, ezért a radiális egyenlőtlenségi

tényezőnél egy 1,1 értékű biztonsági tényező használata szükséges. Ha ehhez még hozzávesszük, hogy egy atomerőmű veszélyes üzem, akkor a válasz mindenképpen *igen* kell hogy legyen.

ZR-6M

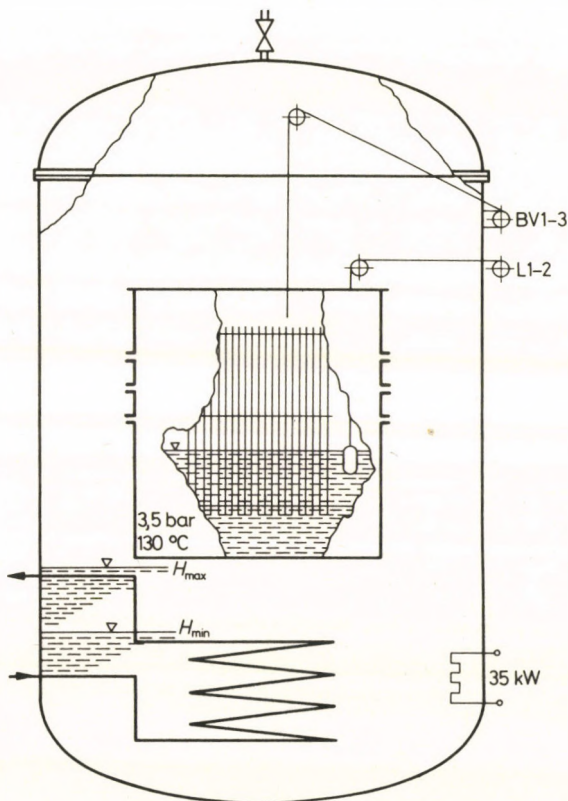
A kritikus rendszerek létrehozása, biztonságos üzemeltetése és maga a kísérleti munka sajátos technika kifejlesztését és meghonosítását igényli, mert ezek a rendszerek éppen flexibilitásuknál fogva veszélyes berendezések.

A felmerülő és megoldandó problémák érzékeltetésére szolgáljon példaként a nyomás alatti, szabad vízfelszínű ZR-6M kritikus rendszer egyik speciális biztonsági kérdésének vizsgálata.

Egy kritikus rendszeren végzett mérések adatai nagyobb megbízhatósággal extrapolálhatók az erőművi reaktor üzemi hőmérsékletére, ha a szobahőmérséklet feletti tartományban is rendelkezünk mért értékekkel. Az eredeti zéróreaktor szerkezeti adottságai 130 °C elérését tették lehetővé — ehhez 2,7 bar telítettségi nyomás tartozik —, a méréseket általában 3,5 bar túlnyomás mellett végeztük.

Az átépítés során tanulmányoztuk egy szovjet (MATR-2) és egy svéd (KRITZ) kritikus

rendszer tapasztalatait: ennek ellenére egy sor biztonsági kérdés megoldatlan maradt. Azokat a számításokat sem lehetett teljesen megalapozottnak tekinteni, amelyek a tervezés előtt megtörténtek, és azt mutatták, hogy egy esetle-



11. ábra

ges nyomásesés sem vezethet kritikussági bal-
esethez (reaktivitás-üzemzavarhoz).

A 11. ábrán látható a reaktor felépítése. A moderátor a nagytartály alján helyezkedik el, ahonnan szivattyúk segítségével jut a zónát tartalmazó kistartályba. A legtöbb mérés úgynevezett szabad vízfelszín mellett történik, és ez egyben speciális biztonsági problémákat is jelent. Üzemzavarjel esetén a biztonságvédelmi rudak leesnek, és megnyílik a kistartály alján elhelyezett 6 szelep. A nyitott szelepeken keresztül az összes víz 1 s-nál rövidebb idő alatt lefolyik a nagytartályba. A szokásos üzemzavari jelek közé esetünkben a nyomás $\Delta p = 0,2$ bar-os csökkenését is beiktattuk.

A probléma lényege; a tartályba vezető csővezetékek egyikének esetleges törése esetén a nyomás a reaktortartályban csökkeni kezd, és amikor eléri az adott hőmérséklet melletti telítettségi nyomást, a víz forrásnak indul. Következésképpen az aktív zónában buborékok jelennek meg, és a buborékok pillanatnyi összterfogatának megfelelően megemelkedik a moderátor szintje.

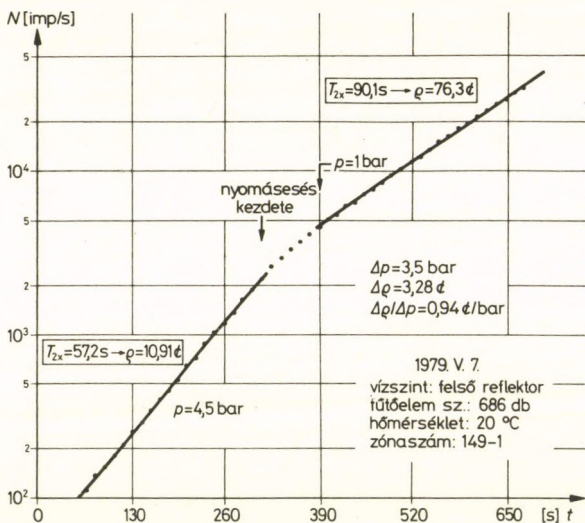
Ebben a rendszerben a reaktivitás (ρ) függvénye lesz a nyomásnak (p), a hőmérsékletnek (T), a víznívó magasságának (H) és — forrás bekövetkezése esetén — a gőzbuborékok térfogatának (V). A reaktivitásváltozás felírható teljes differenciál formájában:

$$d\varrho = \frac{\partial \varrho}{\partial p} dp + \frac{\partial \varrho}{\partial T} dT + \frac{\partial \varrho}{\partial H} dH + \frac{\partial \varrho}{\partial V} dV$$

+	-	+	-
-	+	+	-

A felső előjelsorban a parciális deriváltak előjele szerepel, az alsóban pedig az egyes tagoké nyomásesés esetén. Az egyes reaktivitástényezők — a parciális deriváltak — mérésekkel külön-külön is meghatározhatók, ezeket meg is mértük. A hőmérséklet a 20–130 °C-ig terjedő tartományban változtatható, így a $\partial \varrho / \partial T$ egyszerűen mérhető (e mennyiség meghatározása volt a mérések egyik célja), ugyanígy a víznívó magassága szerinti változás, a $\partial \varrho / \partial H$ is. A pontosságot a hőmérséklet és a vízszint mérésének pontossága határozza meg. A hőmérséklet 0,1 °C, a víznívó magasság különbségét 0,02 mm pontossággal tudjuk mérni. A buborékok megjelenésének hatása önmagában csak teljes felső reflektorral ellátott zóna esetében mérhető meg.

Megmértük a nyomáscsökkenés hatását is, amely annyiban hat a reaktivitásra, amennyiben a víz sűrűsége, következésképpen a térfogategységben levő H-magok száma függ a nyomástól. Ez a mérés is teljes felső reflektorral történt, hogy a vízszint nyomásfüggése ne zavarjon. A 12. ábrán látható a mérés eredménye. 3,5 bar nyomás alatt a reaktort szuperkri-

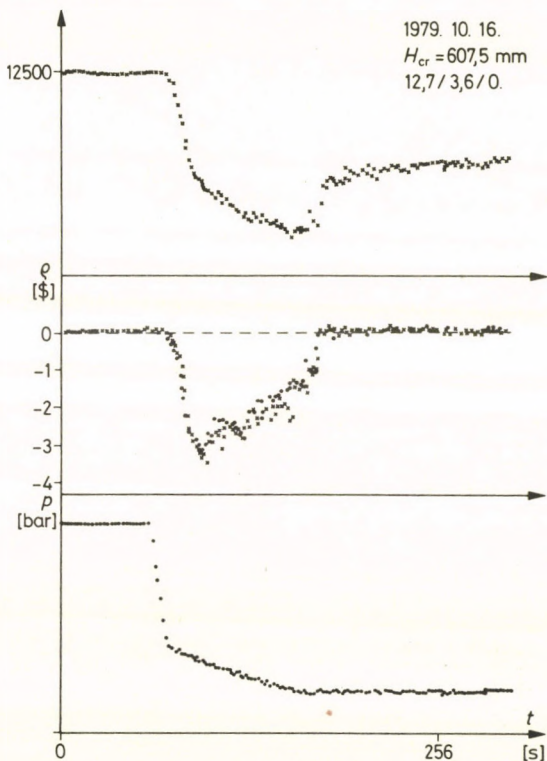


12. ábra

tikussá tettük; a neutrondetektor beütésszámának a logaritmusa van ábrázolva a függőleges tengelyen. A csőtörést szimuláló gyors működésű szelepek kinyitása után, a túlnyomás megszűntével — egy ilyen tranziens után — a reaktor még mindig superkritikus marad, de kisebb reaktivástöbblettel. A két reaktivitás különbségéből — alapul véve a reaktorszámítási programokat — a víz sűrűségváltozása $0,045\text{ kgm}^{-3}\text{bar}^{-1}$ -nek adódott, ami kitűnően egyezik az irodalmi adatokkal. Ezt a mérést azért mutattam be, hogy ezzel is érzékeltessem: a pontosságra való törekvés a reaktorfizikában

egyáltalán nem öncélú, ezek a reaktorok sok tekintetben nagyon érzékenyek. Egyébként nem akarom javasolni, hogy a víz kompresszibilitását ezentúl reaktorral mérjük.

Ami a nukleáris biztonság szempontjából döntő, az a négy effektus eredője. Bemutatásra érdemes egy olyan mérési eredmény, amely kritikus állapotban, 130 °C, 3,5 bar nyomás



13. ábra

mellett történt, szabad vízfelszín mellett. A 13. ábrán 3 görbe látható, a felsőn neutrondetektorok jelei szerepelnek, a középsőn a reaktivitás időfüggése, a legalsón a nyomás függése az időtől. Interpretáció: a szelepek kinyitásától számítva 5–6 s-ig a nyomás gyorsan, innen a forrás megindulásától kezdve lassabban esik. A felforrás után a reaktivitás mintegy 3,5 β -t esik, ez az üregeffektus és a víznívó-emelkedés együttes eredménye. Kb. 30 s múlva a forrás intenzitása csökken, a reaktivitás növekedni kezd. A szelepek zárásakor a forrás megszűnik, a reaktor enyhén szuperkritikus állapotban stabilizálódik, mivel a víz hőmérséklete a forrás következtében csökkent, és a reaktivitás hőmérsékleti tényezője negatív.

A reaktivitást itt a reaktor inverz kinetikus egyenletének real-time megoldásával on-line számítógéppel mérték meg. Az itt alkalmazott eljárás (több egyéb funkcióval bővítve) lett az alapja annak a Reaktor Paraméter Monitorozó berendezésnek, amely energetikai reaktorok indításánál jól bevált, alkalmazásra került Bohunicében, Kozlodujban és a paksi I. blokk indításánál is.

Mivel a teljes reaktivitásváltozás végig negatív maradt, így a magas hőmérsékleten végzett mérések biztonsági feltételei teljesülnek. Ezek a mérések még folynak.

Tekintsük most át egészen vázlatosan a reaktorfizikán kívüli kutatási területek tematikáját.

Termohidraulika

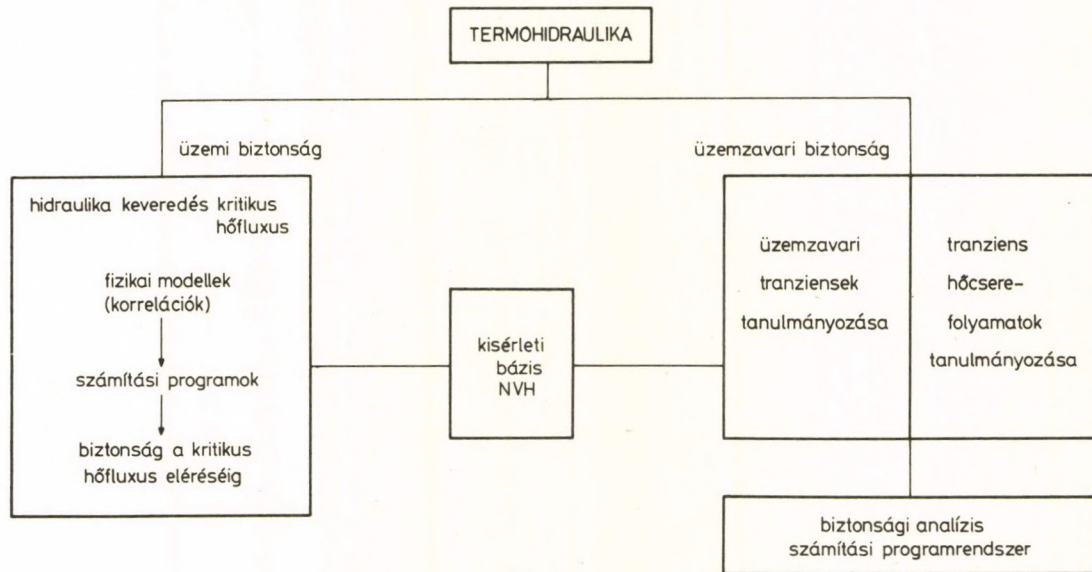
A főszerepet ezeknél a kutatásoknál (14. ábra) a biztonság növeléséhez való hozzájárulás játssza.

Az üzemi biztonság alapvető termohidraulikai jellemzője a kritikus hőfluxus elérésével szembeni tartalék. Ennek meghatározásához a Nagynyomású Vizes Hurokban (NVH) mért és elméletileg általánosított adatokra és modellekre van szükség (hidraulikai jellemzők, hűtőközeg-keveredés, a kritikus hőfluxus pontos értékei stb.). Az NVH üzemi adatai: nyomás: 160 bar, hőmérséklet: 360 °C, teljesítmény: 2,2 MW, vízforgalom: 30 m³/h.

Az üzemzavari biztonság tipikus tranziensek elemzését követeli meg (reaktivitás-, nyomás- és áramlási tranziensek).

A kutatások fő eredménye itt a biztonsági analízishez szükséges, kísérletileg ellenőrzött programrendszerben jelenik meg.

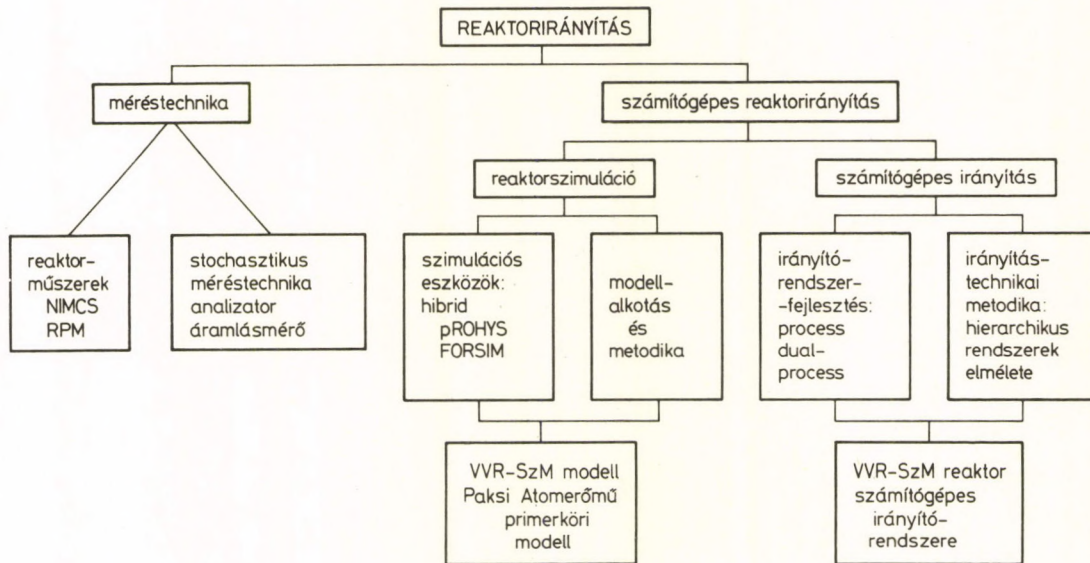
A kutatások szovjet–magyar kétoldalú együttműködésben folynak.



14. ábra

Reaktorirányítás

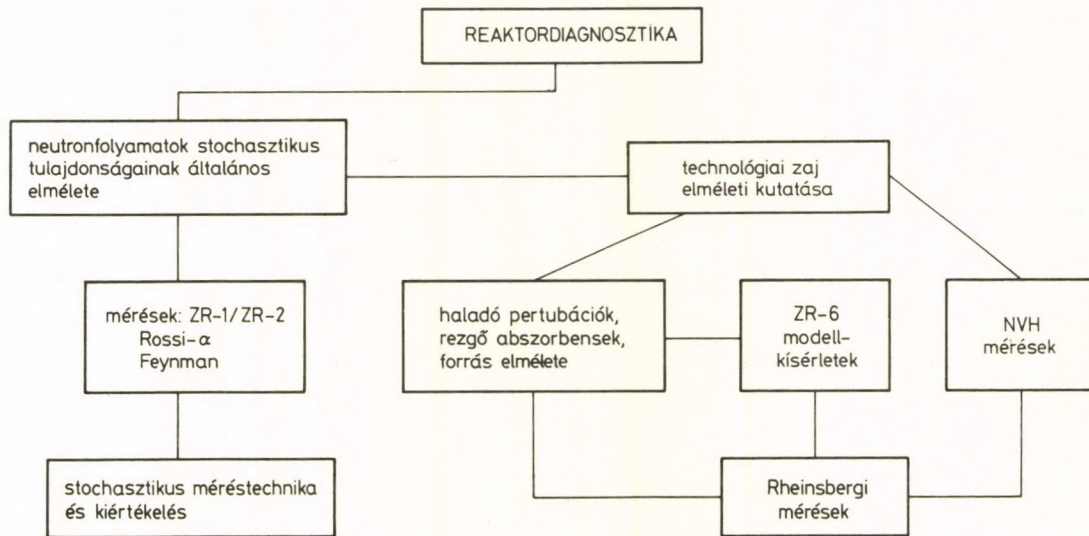
Megalkottuk az irányítástechnika követelményeinek megfelelő mélységű reaktormodellt (15. ábra), és realizáltuk különböző szimulációs eszközökön (hibrid-számítógépben és tiszta digitális szimulációs programcsomag: PROHYS, FORSIM segítségével). Az ezen a modellen elvégzett kísérleteken igazoltuk az „alacsony szintű” biztonságvédelmi koncepción alapuló hierarchikus irányítási módszer helyességét és hatékonyságát. Kidolgoztunk egy nagy megbízhatóságú (dual) mérőrendszert, amelyre támaszkodva megvalósítottuk a VVR-SZ reaktor közvetlen szabályozását (SZRI = Számítógépes Reaktor-irányítórendszer).



15. ábra

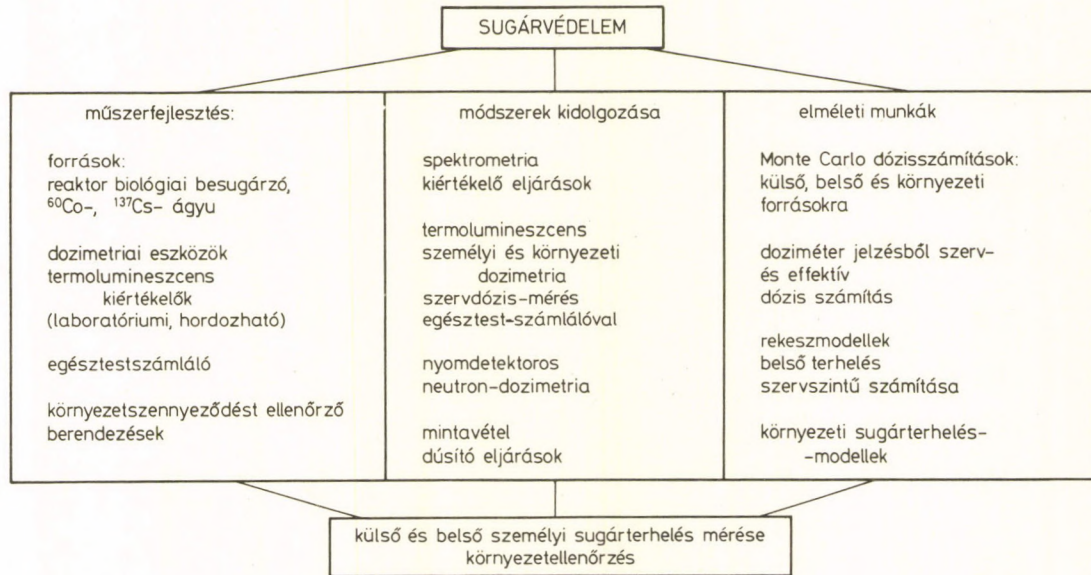
Reaktordiagnosztika

Ma már klasszikusnak számít a neutronfolyamatok sztochasztikus tulajdonságainak az elmélete (16. ábra). Az e területen végzett kutatások iskolateremtő erővel bírtak, erre a bázisra épült a technológiai zajok vizsgálata, amely a diagnosztikában (és nemcsak a reaktordiagnosztikában) egyre nagyobb szerepet játszik. Itt már látható módon összekapcsolódik a reaktorfizikai és hőfizikai jelenségcsoport: a ZR-6 modellkísérletek és az NVH-mérések, valamint az NDK, szovjet, csehszlovák és magyar négyoldalú együttműködésben a rheinsbergi reaktoron végzett mérések.



16. ábra

A sugárvédelem területén a műszer- és módszerfejlesztés, valamint az elméleti vizsgálatok a személyi dozimetria és a környezetellenőrzés kutatására és fejlesztésére irányulnak (17. ábra). A sokrétű tevékenységből kiemelem a termolumineszcens doziméter fejlesztését, amelyet a személyi dozimetriában és a környezetellenőrzésben egyaránt eredményesen használunk intézetünkben, a paksi atomerőműnél, sőt a Szaljut-űrállomások személyzetét érő kozmikus sugárterhelés mérésénél is.



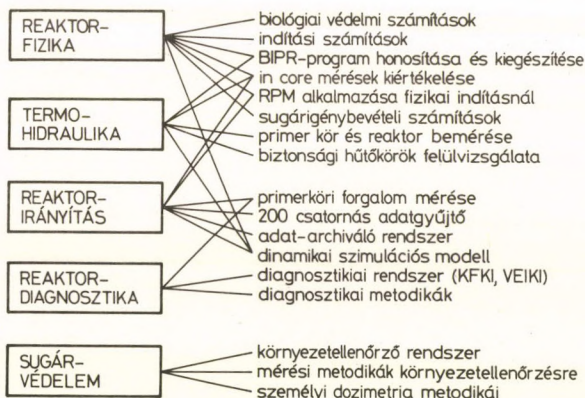
17. ábra

Végül a 18. ábrán tekintsük át, hogy a fentiekben vázolt kutatásokból mi realizálódott Pakson. Itt már feltüntettük azokat a bizonyos keresztcsatolásokat.

Néhány megjegyzés az ábrához:

A biológiai védelem méretezésénél részletes számításokkal bebizonyítottuk, hogy az előírt dózisszintek betartásához nem szükséges külföldi adalékanyagok alkalmazása. Ez önmagában mintegy 100 MFt megtakarítását tette lehetővé.

Az indítási számításoknál már támaszkodni tudtunk a reaktorfizikai modell azon elemeire, amelyek az INK munkája során eddig elkészül-



18. ábra

tek. Ezek birtokában több töltetre részletes számítások készültek.

A Szovjetuniótól átvett BIPR üzemviteli számítási programot továbbfejlesztettük és kiegészítettük, felhasználva a reaktorfizikai modellen kívül a termohidraulikai kutatások eredményeit is.

A már említett RPM-műszer alkalmazásra került a fizikai és az energetikai indításban is. Úgy tűnik, hogy az általa adott információk hasznosak voltak az üzemviteli személyzet számára.

Elvégeztük a reaktor és a primer kör teljes termohidraulikai bemérését, beleértve a biztonsági berendezések vizsgálatát is.

Megvalósítottuk (a VVER-reaktorokon először) a primerköri vízforgalom mérését. A mérés a víz γ -aktivitásának fluktuációját használja ki (két detektor jeleinek autokorrelációját méri). Mivel a ΔT ismert a zónán belül elhelyezett termopárok kiértékelt adataiból, így a reaktor hőteljesítménye is direkt mérésekből határozható meg.

Az irányítástechnikában említést érdemel az üzemzavari állapotok rögzítésére szolgáló rendszer, amely kiegészítés az URÁN-II blokkszámítógéphez. (A blokkszámítógépnél felmerült problémák megoldásához folyamatos konzultatív segítséget nyújtottunk.)

Reméljük, hasznos lesz a reaktor és a teljes primer kör dinamikai modellje, amely egy off-line modell.

A VEIKI-vel közösen beépített diagnosztikai rendszer ugyancsak első a 440 MW-os reaktoroknál. Gyorsulásmérők, hőmérők, nyomásérzékelők és neutrondetektorok szolgáltatják az adatokat, ezek interpretációjára kidolgozott metodikák szolgálnak.

Végül néhány szót a sugárvédelmi környezet-ellenőrző rendszerről. Ez 7 aktív és 14 passzív állomást tartalmaz. Az aktív állomások nagy érzékenységgű detektorokról folyamatosan adatokat szolgáltatnak a dózisintenzitásokról és a légszennyeződésről a központba. A passzív állomások mintáit külön laboratóriumban értékelik ki. A rendszer része még egy mozgó laboratórium és a meteorológiai torony is. Az egész rendszer egyedi megoldás, szeptember óta üzemben van, elég nagy érdeklődés nyilvánul meg iránta külföldről.

Ide kívánczik egy megjegyzés: egy rendszerben végzett kutatás objektív összefüggéseket tételez fel és kíván meg a rendszer elemei között. Ha az emberi tényezőről beszélünk, akkor természetesen az emberi kapcsolatok tekintetében követelmény, hogy a kutatók messzemenőig kooperatívak, kollegiálisak legyenek. Ez a követelmény az érintett kollektívában teljes mértékben teljesült, a sikereknek ez a

körülmény kulcskérdése volt. Nagy öröm számomra, hogy ennek a kollektívának a létrehozásában szerepet játszhattam.

Befejezésül köszönetet mondok a Szovjetunió Állami Atomenergia Bizottságának és a Kurcsatov Atomenergiái Intézetnek azért a döntő jelentőségű erkölcsi és anyagi támogatásért, amellyel az INK létrejöttét és sikeres munkáját elősegítették. Köszönet illeti a villamosenergia-iparágat az NVH, az OMFB-t az SZRI létrehozásában nyújtott anyagi segítségért, az OAB-t az INK munkájában nyújtott támogatásért. Végül kifejezem köszönetemet a Paksi Atomerőmű tervezéséért, beruházásáért és üzemeltetéséért felelős szerveknek, különösen a beruházás kormánybiztosának és a Paksi Atomerőmű Vállalat vezérigazgatójának és munkatársaiknak annak a légkörnek a megteremtéséért, amelyben a gyakorlat és a tudomány munkásai harmonikusan dolgozhattak együtt anélkül, hogy egy percre is felmerült volna az a kérdés: hogyan mennek át a kutatási eredmények a gyakorlatba.

A kiadásért felelős az Akadémiai Kiadó és Nyomda főigazgatója

Felelős szerkesztő: Klaniczay Júlia

A tipográfia és a kötésterv Löblin Judit munkája

Műszaki szerkesztő: Érdi Júlia

Terjedelem: 2,17 (A/5) ív — AK 1801 k 8587

HU ISSN 0236-6258

14148 Akadémiai Kiadó és Nyomda

Felelős vezető: Hazai György





Ára: 17,- Ft